

AMP 313 格納容器プレストレスシステム (2018 年版)

プログラムの概要

本 AMP は、プレストレスコンクリート格納容器テンドンのプレストレス力が、意図された運転期間において適切であることを合理的に保証するものである。このプログラムは、材料の経年劣化現象 (コンクリートのクリープと収縮、鋼材の緩和または腐食) によるプレストレス力の損失に焦点を当てる。このプログラムは、AMP302 に準拠して実施された検査の評価からなる。プレストレス力の妥当性に関連する評価では、各国の基準またはガイドライン[1-4]に準拠して、許容基準と傾向線を設定する必要がある。

この AMP は、その許容範囲[5]を参考に、格納容器テンドンのプレストレス力を管理するための許容可能な選択肢である。しかしながら、格納容器テンドンのプレストレス力に関する運転経験を適切に評価することが推奨される。いくつかの加盟国におけるグラウト付きテンドンを有する格納容器に対するプレストレス力の妥当性に関連するガイダンスも、この AMP に含まれる。

評価と技術的根拠

1. 経年劣化の理解に基づく経年劣化管理プログラムの範囲：

このプログラムでは、AMP302 に準拠して測定された非接合プレストレスコンクリート格納容器のテンドンプレストレス力に関する評価を行う。コンクリート格納容器の接合型プレストレスシステムは、カナダや米国などいくつかの加盟国によるテンドンプレストレス力の評価に関する具体的なガイドラインもここに記載されている。

2. 経年劣化を最小限に抑え、抑制するための予防措置：

許容基準 (第 6 節) に記載されているように、プレストレス力を最低要求値 (MRV) 以上に維持することで、格納容器の構造的・機能的妥当性が維持されることが保証される。この要件は、AMP302 に記載された ISI の頻度に準拠して、格納容器の使用期間中にわたって維持されることが必須である。

3. 経年劣化の検出：

テンドンの張力維持は、格納容器の耐用年数を通じて、また定期検査 (機械的試験及び空気漏えい試験) の間、適切なモニタリングと記録によって確認される。このプログラムでは、AMP302 の一部として得られたデータを解析・傾向分析することで、クリープ、高温、緩和、収縮による格納容器テンドンのプレストレス力の損失が検出される。非接合テンドンを有する格納容器の場合、データにはリフトオフ試験を用いて選択したサンプルテンドンのプレストレス力も含まれる。接合テンドンを有する格納容器の場合、プレストレスの損失に関するデータは以下から得られる。

- a. リフトオフ試験または同等の試験、及び試験梁の曲げ試験

- b. 接合テンドンを有する格納容器に設置された数本の非接合テンドンのリフトオフ試験又は同等の試験
- c. AMP311 に記載された計測装置により記録された接合テンドンのひずみと応力の測定
- d. 定期的な格納容器圧力試験中に測定された格納容器の変位

4. 経年劣化の監視と傾向：

監視されるパラメータは、AMP302 に準拠した格納容器テンドンのプレストレス力である。特定の場所と時間における格納容器の耐用年数中に測定される有効なプレストレス力は、プレストレス損失が時間に依存するため、初期とは異なる。推定・測定されたプレストレス力を時間に対してプロットし、運転期間に対する予測下限値 (PLL)、MRV、傾向線が作成される。例えば、米国 NRC RG 1.35.1[1]は、系統的な時間依存のプレストレス力損失の予想変動に基づいて PLL と MRV を計算するガイダンスを提供している。傾向線は、実際に測定された力に基づくプレストレス力の傾向を表している。例えば、US NRC IN 99-10[6]は、傾向線を構築するためのガイダンスを提供している。

力の測定は、各テンドンの測定に対して個別の報告書として適切に文書化され、測定された力の履歴もデータベースで管理される。これらの力と許容基準との比較は、AMP302 に記載された頻度に準拠して、コンクリート格納容器の IS の最終報告書で報告することが義務付けられている。

5. 経年劣化の緩和：

本 AMP は状態監視プログラムであり、経年劣化の影響を緩和する措置は含まれていない。

6. 許容基準：

許容基準は通常、PLL と MRV で構成される。プレストレス力の傾向線は、格納容器テンドンに働くプレストレス力が、次回の定期検査前に MRV を下回らない必要がある。AMP302 に準拠して実施された検査の結果、傾向線が PLL を越えた場合、格納容器テンドンに働くプレストレスが検査後すぐにまたは格納容器の意図された運転期間内のいずれかの段階で、MRV を下回る可能性があるため、傾向線を PLL より上に保つことが目標である。さらに、その原因が特定され、文書化され、評価され、修正される。

接合プレストレスシステムを評価するために試験梁を使用する場合[7]、外観の劣化が最も大きい試験梁が検査のために選択される。接合された試験梁は、設計された亀裂モーメントの 95%まで曲げ試験を行い、試験梁にコンクリート亀裂の兆候が見られなければ試験は合格とみなされる。試験梁はその後、コンクリート被覆を削って試験される。さらに、テンドンを取り出し検査し、その状態が評価される。試験梁テンドンの状態は、劣化が見られない限り、合格とみなされる。さらに、プレストレス力を測

定するため、すべての非接合の試験梁に対してリフトオフ試験または同等の試験を行う。リフトオフ試験は、以下の場合に合格とみなされる。

- a. プレストレス力が設計値より大きい。設計値は、(i) コンクリートの収縮とクリープ、(ii) テンドンの緩和、これらに起因する長期的なプレストレス力の損失を含めて、考慮された材料抵抗に基づいて計算される。
- b. プレストレス力が格納容器の耐用年数にわたって、設計値を下回る可能性があることを示す異常な傾向がないこと。

定期的な格納容器圧力試験は、接合型プレストレスシステムの弾性応答を評価するために使用される。参考文献[8]は、この種の試験のガイダンスと許容基準を提供している。

7. 是正措置：

許容基準が満たされない場合、格納容器の設計の妥当性を確保するために、テンドンの系統的な再張力化または格納容器の再解析のいずれかが実施される

8. 運転経験のフィードバックと研究開発結果のフィードバック：

本 AMP は、業界全体の一般的経験に対処する。関連するプラント特有の運転経験は、AMP がプラントにとって適切であることを確認するため、プラント AMP の開発において考慮される。プラントや業界全体の運転経験及び研究開発 (R&D) の結果を定期的に評価するためのフィードバックプロセスを実施し、必要に応じて、プラント AMP を修正するか、又は経年劣化管理の継続的な有効性を確保するための追加措置 (例えば、プラント特有の新しい AMP の開発) をとる。

外部での運転経験の適切な情報源は、参考文献[9]及び[5]である。

US NRC IN 99-10[7]に記載されているプレストレスシステムに関する経験の該当部分も有用である。いくつかの出版物[6,10-12]には、業界の追加的な運転経験が文書化されている。しかしながら、プレストレスコンクリート格納容器を持つプラントでは、テンドンの運転経験が異なる可能性もある。この違いは、プレストレスシステムの設計 (例：ボタンヘッド、ウェッジ、スエージ定着部)、鋼材の種類 (例：普通鋼、低緩和鋼、環境 (例：使用温度、湿度)、原子炉の種類 (例：加圧水型原子炉、沸騰水型原子炉、重水型原子炉) に起因する可能性もある。だからこそ、プラント特有の運転経験は、意図された運転期間にわたって再度評価される。

さらに、参考文献[13]には、プレストレスコンクリート格納容器の一つで、グリースの漏えいにより非接合試験テンドンがグラウトされ、コンクリート中のプレストレスレベルを監視する代替の検査スキームが提案されたことが記載されている。この検査スキームには、目視検査、コンクリート表面のひずみと温度測定、全体的な変形と動的特性の測定が含まれている。この新しい検査スキームは、他の格納容器で実施する前に検証される可能性があり、研究開発が推奨される。

この AMP が作成された時点では、関連する R&D は確認されていない。

9. 品質管理：

サイトの品質保証手順、レビュー及び承認プロセス、並びに管理管理は、様々な国の規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B[14]) に準拠して実施される。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Determining Prestressing Forces for Inspection of Prestressed Concrete Containments, NRC Regulatory Guide 1.35.1, USNRC, 1990.
- [2] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG 1801, USNRC, 2010.
- [3] AFCEN, RCC-CW Rules for Design and Construction of PWR Nuclear Civil Works; 2015 Edition.
- [4] ARCHITECTURAL INSTITUTE OF JAPAN, Guidelines for Maintenance and Management of Structures in Nuclear Facilities, AIJ, Tokyo, Japan, 2015 (in Japanese).
- [5] ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT (OECD/NEA), Bonded or Unbonded Technologies for Nuclear Reactor Pre-stressed Concrete Containments, Nuclear Safety NEA/ CSNI/R (2015)5, June 2015.
- [6] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Degradation of Prestressing Tendon Systems in Prestressed Concrete Containment, Information Notice 99-10, Revision 1, USNRC, 1999.
- [7] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, In-service Examination and Testing Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants, N287.7-08, CSA, Mississauga, Ontario, Canada, 2008.
- [8] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Inservice Inspection of Prestressed Concrete, NRC Regulatory Guide 1.90, USNRC, 2012.
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Nuclear Energy Series Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants, No. NP-T-3.5, 2016.
- [10] D. J. Naus, Concrete Component Aging and its Significance to Life Extension of Nuclear Power Plants, NUREG/CR-4652, Oak Ridge National Laboratory, 1986.
- [11] H. Ashar, and D.J. Naus, Prestressing in Nuclear Power Plants, Concrete International, American Concrete Institute, Detroit, Michigan, 1994.
- [12] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, A Summary of Aging Effects and Their Management in Reactor Spent Fuel Pools, Refueling Cavities, Tori, and Safety-Related Concrete Structure, NUREG/CR-7111, USNRC, 2012.
- [13] Z. Sun, S. Lin and Y. Xie, Strength monitoring of a prestressed concrete containment tendons, Nuclear Engineering and design, p. 213-220, 2002.
- [14] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B, Quality Assurance criteria for Nuclear Power plants, Office of the Federal, Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.